第 51 卷 第 3 期 金属学报 Vol.51 No.3
2015 年 3 月 第298-306页 ACTA METALLURGICA SINICA Mar. 2015 pp.298-306

核级低合金钢高温水腐蚀疲劳机制及环境疲劳设计模型*

吴欣强[1,2] 谭季波[1,2] 徐 松[1,2] 韩恩厚[1,2] 柯 伟[1,2]

1) 中国科学院金属研究所核用材料与安全评价重点实验室, 沈阳 110016

2) 中国科学院金属研究所辽宁省核电材料安全与评价技术重点实验室, 沈阳 110819

摘 要 通过模拟核电高温高压循环水腐蚀疲劳实验, 研究了核级低合金钢环境疲劳损伤规律与控制机理, 构建了一个植入环境效应的疲劳设计模型, 给出了便于工程应用的环境疲劳设计曲线, 并建立了核电站实际构件的环境疲劳安全评估流程, 给出了尝试实施例.

关键词 核级低合金钢, 高温高压水, 腐蚀疲劳, 设计模型, 环境疲劳安全评估

中图法分类号 TG172 **文献标识码** A **文章编号** 0412-1961(2015)03-0298-09

CORROSION FATIGUE MECHANISM OF NUCLEAR-GRADE LOW ALLOY STEEL IN HIGH TEMPERATURE PRESSURIZED WATER AND ITS ENVIRONMENTAL FATIGUE DESIGN MODEL

WU Xinqiang [1,2], *TAN Jibo* [1,2], *XU Song* [1,2], *HAN En-Hou* [1,2], *KE Wei* [1,2]

1) Key Laboratory of Nuclear Materials and Safety Assessment, Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences, Shenyang 110016

2) Liaoning Key Laboratory for Safety and Assessment Technique of Nuclear Materials, Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences, Shenyang 110016

Correspondent: WU Xinqiang, professor, Tel: (024)23841883, E-mail: xqwu@imr.ac.cn

Supported by National Basic Research Program of China (No.2011CB610506) and National Science and Technology Major Project (No.2011ZX06004-009)

Manuscript received 2014-07-31, in revised form 2014-10-30

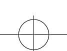
ABSTRACT The service degradation and life assessment of key components in light water reactor nuclear power plants (NPPs) mainly depend on the accumulation of service property data of component materials, understanding of environmental degradation mechanism, and construction of evaluation models or methods. The current ASME design fatigue code does not take full account of the interactions of environmental, loading and material's factors. In the present work, based on the corrosion fatigue tests in simulated NPPs' high temperature pressurized water, the environmental fatigue behavior and dominant mechanism of nuclear-grade low alloy steel have been investigated. A design fatigue model was constructed by taking environmentally assisted fatigue effects into account and the corresponding design curves were given for the convenience of engineering applications. The process for environmental fatigue safety assessment of NPPs' components was proposed, based on which some tentative assessment cases have been given.

* 国家重点基础研究发展计划项目 2011CB610506 和国家科技重大专项项目 2011ZX06004-009 资助

收到初稿日期: 2014-07-31, 收到修改稿日期: 2014-10-30

作者简介: 吴欣强, 男, 1971 年生, 研究员

DOI: 10.11900/0412.1961.2014.00421



KEY WORDS nuclear-grade low alloy steel, high temperature pressurized water, corrosion fatigue, design model, environmental fatigue safety assessment

轻水堆(LWRs)核电站设备的服役弱(老)化问题贯穿电站的整个寿命周期, 特别是反应堆冷却系统(RCS)压力边界的设计、管理和寿命评价是影响整个核电站运行安全性和经济性的关键问题之一. 世界上大部分商用LWRs核电站已服役20~40 a, 面临老化和延寿问题, 但目前对核电设备材料服役弱(老)化机理及发生规律、寿命设计和预测模型的认识还十分缺乏, 相关研究工作亟待开展. 从核电站安全和工程设计角度, 必须保证RCS在寿命期间的结构完整性, 因此合理的设计曲线至关重要. 核电发达国家已建立了各自的设计标准, 如美国ASME的BPV, 法国的RCC, 德国的RSK及日本的MITI 501等[1], 用于核电站压力边界的设计、运行及寿命评价. 我国商用核电站服役时间较短, 由于缺乏有效的模拟实验研究技术和相关的损伤评价方法, 导致关键设备的设计、制备、运行、监管、损伤评价、延寿等只能依靠国外标准. 近年来国内外实验研究[2~7]表明, 即使压力边界设备工程设计广泛采用的ASME疲劳设计曲线, 在某些特定载荷与环境因素的联合作用下, 也存在安全裕度不足的问题. 为此, 2007年美国核管会(NRC)颁布了RG 1.207导则[8], 要求新建LWRs结构材料的疲劳评估必须考虑环境促进疲劳效应(EAF), 给设计、业主、监管、运行、研究等单位提出了新的挑战. 鉴于此, 研究国产核电材料的服役弱(老)化机理、寿命设计与预测模型, 对提升我国核电安全设计、监管水平, 促进关键技术自主化, 有重要意义.

LWRs核电站关键设备的服役损伤与寿命评价主要基于其材料性能数据的积累、环境失效机制的理解和评价模型或方法的构建. 本工作以核级低合金钢为例, 主要介绍中国科学院金属研究所近年来在高温高压水腐蚀疲劳机制及环境疲劳设计模型方面的研究进展.

1 ASME疲劳设计曲线及EAF效应

LWRs核电站的压力边界(如压力容器、主管道、蒸汽发生器等)长期服役于高温高压水环境, 由于热分层、启/停堆、流致振动等, 可能产生环境疲劳损伤[9~11]. 腐蚀疲劳作为核电设备潜在失效形式之一, 在核电站安全设计、制造、运行、检修、监管、安全评估和寿命管理等方面至关重要. 目前广泛应用的ASME疲劳设计曲线是对室温空气中获得的低周疲劳实验数据进行拟合, 获得最佳拟合曲线, 然后应变除以2或者寿命除以20, 取最小部分获得的[12]. 因子20虽然包含数据分散性因子(2)、尺寸影响因子(2.5)、表面光洁度和环境等因子(4), 但没有充分考虑LWRs服役环境的影响. 自上世纪70年代日本学者发现核电高温高压水环境会影响材料疲劳性能, 经过数十年的实验研究, 已经确定在特定环境、载荷和材料的联合作用下, 高温高压水环境会显著降低核电结构材料(碳钢、低合金钢、不锈钢和镍基合金)的疲劳寿命, 即表现出显著的EAF效应[2~7,10,11]. 例如, S含量高于0.15% (质量分数)的低合金钢在溶解氧大于1×10^{-6}, 温度为300 ℃, 应变速率小于10^{-3} %·s^{-1}的条件下, 疲劳寿命相对空气中能降低100多倍[6,10]. 为此, 美国阿贡国家实验室联合日本核能安全中心等机构, 在大量实验数据的基础上, 尝试建立了考虑环境因素的ANL模型和JSME模型. 而ASME委员会也开始关注EAF效应, 在2010年颁布了N-761和N-792 Code Cases, 建议在设计曲线中考虑EAF, 并正在讨论如何修正原有的ASME疲劳设计曲线. 基于ANL疲劳模型, NRC于2007年颁布了RG 1.207导则[8], 要求新建核电站必须充分考虑LWRs环境对结构材料疲劳性能的影响, 并推荐采用ANL模型给出的环境疲劳校正因子$F_{en}=N_{air,RT}/N_{water,T}$ (其中, F_{en}为环境因子, $N_{air,RT}$为常温空气中的疲劳寿命, $N_{water,T}$为高温高压水中的疲劳寿命)计算核电站构件疲劳累积损伤因子$U=F_{en,1}U_1+F_{en,2}U_2+\cdots+F_{en,n}U_n$(其中, $F_{en,i}$为疲劳损伤过程i对应的环境因子; U_i为疲劳损伤过程i对应的常温空气条件下疲劳累积损伤因子; $i=1, 2, \cdots, n$). 我国正在大力发展核电, 力争实现核电设计、制造、运营、评价等技术的自主化. 无论是ASME颁布的N-761和N-792, 还是美国的ANL模型和日本的JSME模型, 均处于发展阶段, 且都不包含国产核电结构材料的环境疲劳强度数据. 我国核电设计、运行、安全评审和寿命评估也面临EAF问题. 因此, 积累国产核电结构材料的环境疲劳强度数据, 发展自主化的疲劳寿命模型和设计曲线, 评价国产LWRs核电构件的环境疲劳安全裕度, 意义重大.

2 模拟核电高温高压循环水环境疲劳实验技术

LWRs核电站压力边界的服役环境主要为特定

水化学条件的高温高压循环水, 因此模拟核电高温高压循环水腐蚀疲劳实验装置是开展实验研究的首要条件. 主要难点包括: (1) 高温高压循环水环境模拟技术, 如360 ℃, 20 MPa以下的高温高压水环境模拟; 溶解氧、溶解氢、pH值、电导率、离子浓度等水化学的严格控制; 高温高压水中疲劳加载轴动态密封、高压釜及管阀件的密封; 长实验周期设备的稳定性和安全性等. (2) 高温高压水中原位测量与分析技术, 如疲劳试样标距段原位应变测量与控制; 裂纹萌生和扩展原位监测等. 目前仅有日本TOSHIN, 芬兰CORMET和美国CORTEST等少数几家公司有能力生产成套的该类实验设备, 但价格昂贵, 且结构复杂, 功能单一, 使用、维护、维修和技术支持等都受制于人, 而国内厂家尚缺乏制造该类成套设备的技术和能力. 受模拟实验技术的限制, 国内在高温高压水EAF实验研究领域几乎为空白. 为提升我国核电高温高压水腐蚀损伤模拟实验研究能力和水平, 中国科学院金属研究所成功解决了高温高压循环水回路、水化学精确控制、高温高压水原位加载和原位应变测量等关键技术, 实现了模拟核电高温高压循环水腐蚀疲劳实验研究, 并形成了自主知识产权的专利技术[13~17].

3 核级低合金钢高温高压水腐蚀疲劳损伤机理

关于核级低合金钢高温高压水腐蚀疲劳损伤机理迄今仍存在较大争议, 主要有2种观点: 氢致开裂机制[18~20]和膜破裂/滑移溶解机制[21~23]. 由于缺乏裂纹微观起始和扩展过程的直接实验证据, 目前仍难以确定哪种机制为环境疲劳损伤的控制机制. 对于高温高压水中的裂尖条件, 氢致开裂和膜破裂/滑移溶解控制开裂均满足热力学和动力学条件, 因此二者可能协同作用. 图1为实验获得的国产核级低合金钢SA508-III在模拟核电高温高压循环水中的腐蚀疲劳寿命, 为了比较, 图中也包括了NUREG/CR-6909[10]中报道的同类材料的环境疲劳强度数据. 可见, 相对于室温空气环境, 高温高压水环境确实能显著降低核级低合金钢的疲劳寿命, 特别是在低应变速率和高溶解氧条件下, 疲劳性能显著劣化, 一些数据点甚至已落在ASME疲劳设计曲线的下方. 低合金钢在高温高压水中疲劳裂纹主要起始于试样表面或亚表面, 低溶解氧时裂纹主要萌生于 $MnS+Al_2O_3$ 共生夹杂物, 高溶解氧时主要萌生于表面点蚀坑[2,3,18]. 图2为核级低合金钢典型的表面疲劳

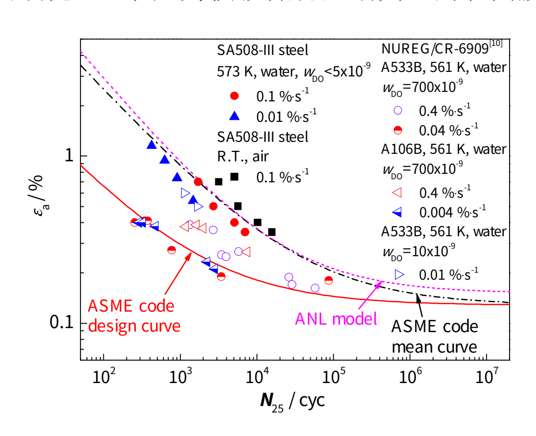


图1 国产核级低合金钢SA508-III在高温高压水中的腐蚀疲劳寿命

Fig.1 Fatigue lifes of domestic nuclear-grade low alloy steel SA508-III in high temperature high pressure water (N_{25}—fatigue life, ε_a—strain amplitude, w_{DO}—dissovled oxygen)

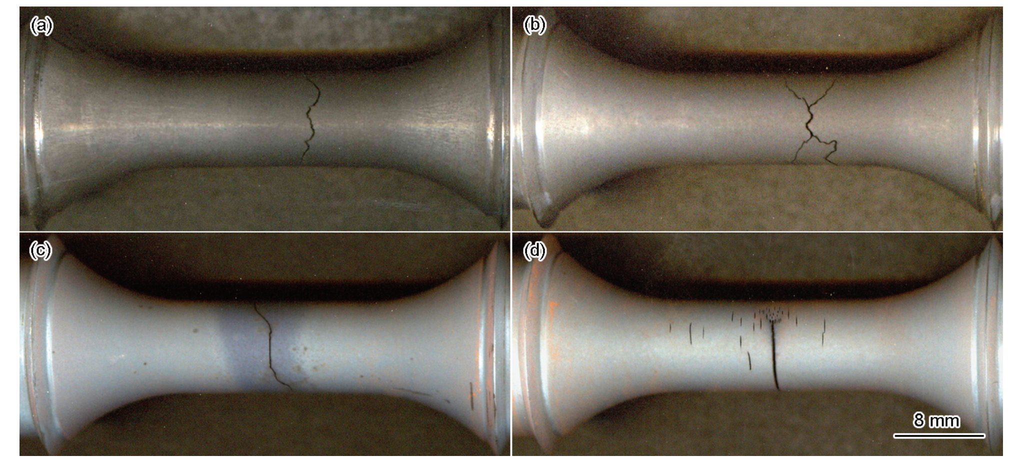


图2 核级低合金钢表面疲劳裂纹形貌

Fig.2 Fatigue crack morphologies on specimen surfaces of nuclear-grade low alloy steels

(a) 561 K, air, 0.1 %·s^{-1} (b) 561 K, water, 0.1 %·s^{-1}

(c) 561 K, water, 0.01 %·s^{-1} (d) 561 K, water, 0.001 %·s^{-1}

裂纹形貌. 由图可见, 高应变速率(0.1 %· s^{-1})时疲劳裂纹呈锯齿状曲折生长, 并出现宏观分叉, 失效通常由单个裂纹连续扩展造成(图2b); 降低应变速率(0.01 %· s^{-1}), 疲劳裂纹逐渐变直(图2c); 在更低应变速率(0.001 %· s^{-1})时疲劳裂纹完全平直生长, 且出现许多平直的二次裂纹(图2d). 统计发现, 疲劳试样标距段单位表面积的裂纹数目随应变速率减小而增大. 可见, 高温高压水中疲劳裂纹起始抗力依赖于应变速率: 应变速率越低, 疲劳裂纹起始抗力越低.

图3为典型的疲劳断口形貌[3]. 高应变速率时断口十分粗糙(图 3a和c), 呈台阶状特征, 其上与MnS相关的扇形准解理花样(图3d)、撕裂脊及梯田状开裂特征(图3b)十分普遍, 一定程度上符合充氢材料或应力腐蚀实验中观察到的典型氢致开裂机制[18,20,24]; 低应变速率时断口变得相对平坦(图3e), 裂纹平直且垂直于加载轴, 沿裂纹扩展方向有轻微的裂纹俘获痕迹(图3f), 一定程度上符合膜破裂/滑移溶解机制[21,25]. 上述结果表明, 核级低合金钢高温高压水中腐蚀疲劳开裂的控制机制随应变速率降低由氢致开裂逐渐向膜破裂/滑移溶解转化, MnS夹杂物的溶解或溶解氧含量的增加加快疲劳裂纹系统内的电化学腐蚀过程, 因而促进高温高压水腐蚀疲劳开裂.

4 核级低合金钢环境疲劳设计模型及设计曲线

尽管大量的实验结果已证实, LWRs服役的高

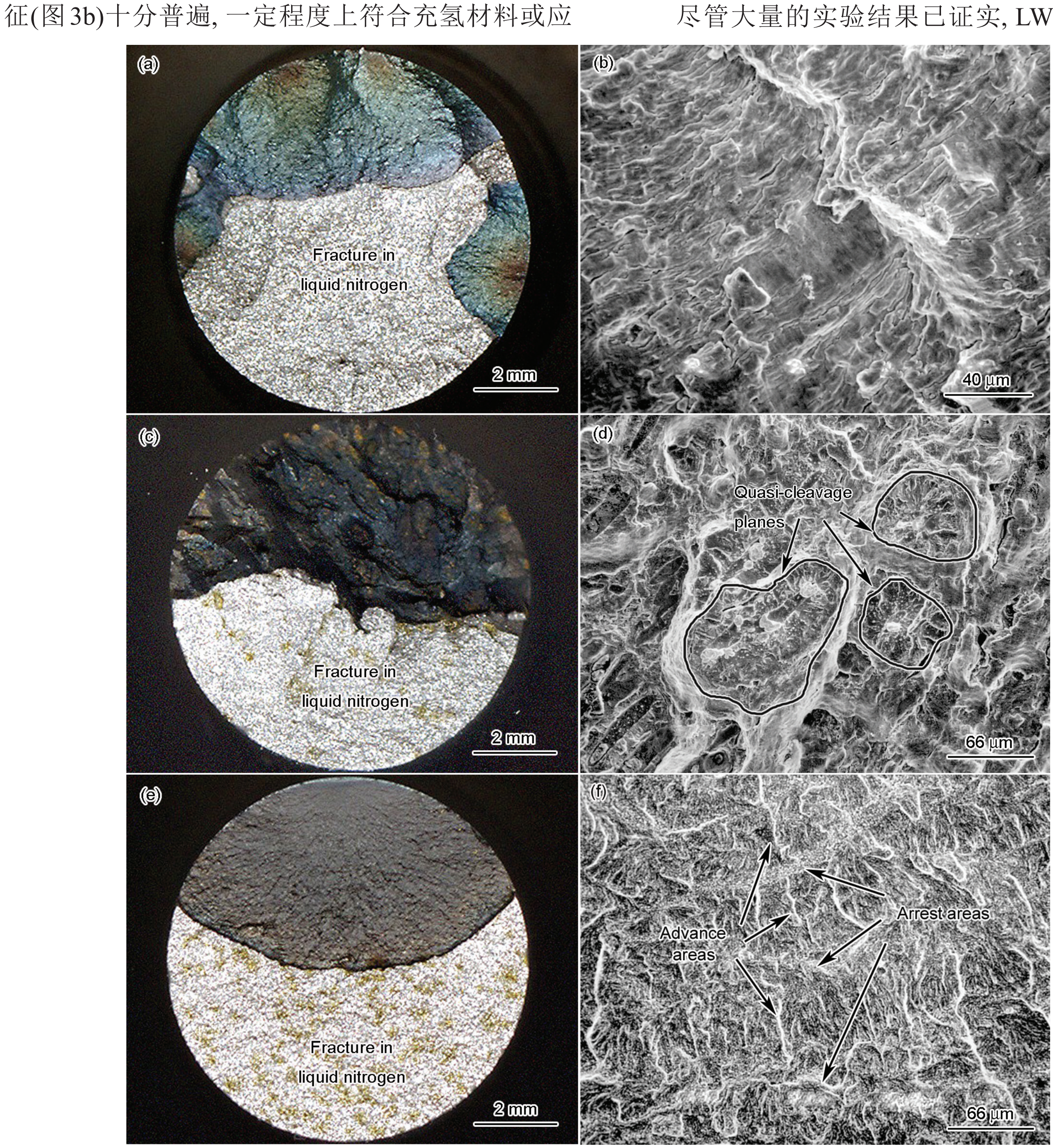


图3 核级低合金钢疲劳断口形貌[3]

Fig.3 Low (a, c, e) and high (b, d, f) magnified fatigue fracture morphologies of nuclear-grade low alloy steels[3]

(a, b) 561 K, air, 0.1 %· s^{-1}　(c, d) 561 K, water, 0.1 %· s^{-1}　(e, f) 561 K, water, 0.001 %· s^{-1}

温高压水环境确实能影响其结构材料的疲劳损伤机理和疲劳寿命，但如何在设计曲线中合理考虑EAF效应，是目前核电站压力边界关键设备疲劳设计和安全评估亟待解决的难题之一. 对于核级低合金钢，要构建其环境疲劳设计模型，需要获得影响其高温高压水疲劳寿命各因子的量化模型，必须以大量的环境疲劳实验数据为基础. 本工作在国产核级低合金钢SA508-III高温高压水腐蚀疲劳强度实验数据的基础上，通过收集、分析国外同类材料(如ASTM A508 Cl. 3, A533B Cl. 1等)的高温高压水腐蚀疲劳强度数据，研究了其环境疲劳设计模型. 参考本文作者前期建立的核级不锈钢环境疲劳设计模型及设计曲线的方法[26]，依据ASME规范，疲劳设计模型基于简化的Langer方程[27]. 假设环境对疲劳寿命的弱化为空气中的疲劳寿命加上各影响因子(X_1, X_2, …, X_n)的乘积$X_1 \cdot X_2 \cdots X_n$，则考虑环境效应后的Langer方程为: ·

$$\ln N_{25} = P - 1/B \cdot \ln(\varepsilon_a - C) + Q \cdot X_1 \cdot X_2 \cdots X_n \tag{1}$$

式中，N_{25}为峰值应力下降至最大峰值应力的75%所对应的疲劳寿命；ε_a为应变幅；C为与材料疲劳强度相关的常数；P为与材料以及温度相关的常数，B为与材料相关的常数，Q为与环境相关的常数. 求出方程系数P, B, Q的值和确定影响因子X_1, X_2, …, X_n的边界条件，就可获得考虑EAF效应的疲劳寿命设计方程. 根据核级低合金钢在空气中的疲劳数据(图4a)可以获得其最佳拟合方程为:

$$\varepsilon_a = 36.13 N_{25}^{-0.56} + 0.132 \tag{2}$$

$$\ln N_{25} = 6.406 - 1.786 \ln(\varepsilon_a - 0.132) \tag{3}$$

拟合误差分析显示(图4b)，拟合较好. 模拟核电高温高压水腐蚀疲劳实验结果表明，影响核级低合金钢环境疲劳寿命的因子主要包括应变速率因子X_ε(图5a)、溶解氧因子X_{DO}(图5b)、钢中S含量因子X_S(图5c)、温度因子X_T(图5d)、热时效因子X_{t_a}(图5e)等. 联立空气和环境疲劳寿命模型，结合上述主要影响因素的边界值，解出方程系数P和Q的值，即获得核级低合金钢的环境疲劳寿命模型:

$$\ln N_{25} = 4.154 - 1.786 \ln(\varepsilon_a - 0.132) + 0.0135 X_\varepsilon X_{DO} X_S X_T X_{t_a} \tag{4}$$

其中:

$X_\varepsilon = 0$　　$\dot\varepsilon > 1\ \%\cdot s^{-1}$

$X_\varepsilon = \ln \dot\varepsilon$　　$0.001 \leqslant \dot\varepsilon \leqslant 1\ \%\cdot s^{-1}$

$X_\varepsilon = -6.908$　　$\dot\varepsilon < 0.001\ \%\cdot s^{-1}$

$X_{DO} = 0$　　$w_{DO} < 0.05\times10^{-6}$

$X_{DO} = \ln(25 w_{DO})$　　$0.05\times10^{-6} \leqslant w_{DO} \leqslant 0.5\times10^{-6}$

$X_{DO} = 2.526$　　$w_{DO} > 0.5\times10^{-6}$

$X_S = \ln(1000 w_S)$　　$0 < w_S \leqslant 0.015\%$

$X_S = 2.708$　　$w_S > 0.015\%$

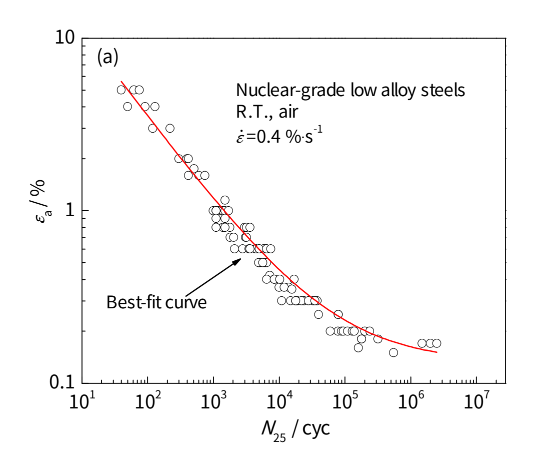
$X_T = 0$　　$T < 150\ ^\circ C$

$X_T = (T - 150)/100$　　$150 \leqslant T \leqslant 325\ ^\circ C$

$X_{t_a} = 1$　　$t_a = 0$

$X_{t_a} = 1.607\times10^{-4} t_a$　　$t_a > 0$

其中，w_{DO}为溶解氧含量(质量分数)，w_S为钢中S含量，$\dot\varepsilon$为应变速率，T为环境温度，t_a为热时效时间. 为了便于工程应用，参照ASME疲劳设计曲线的构建方法，把环境疲劳设计模型中的应变幅乘以弹性模量转化为应力，并根据Goodman关系式进行平均应力校正. 进一步考虑实验数据分散性、样品尺寸、表面粗糙度等的影响，对曲线进行保守处理，即疲劳寿命除以因子20，应力除以2，取两者的最小值得到环境疲劳设计曲线(图6). 可见，考虑了EAF效应



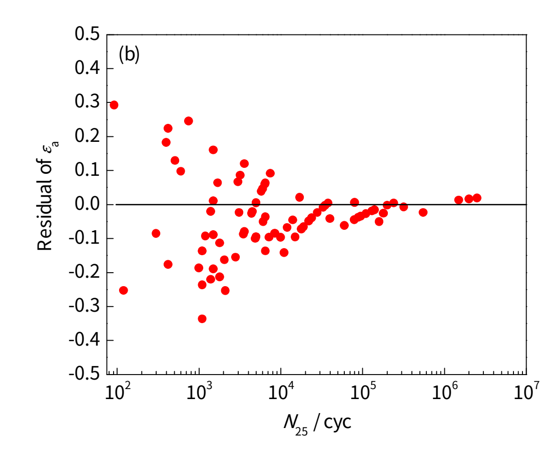


图4 核级低合金钢(SA508-III和A533B)在空气中的最佳拟合曲线和误差分析

Fig.4 Best-fit curve of nuclear-grade low alloy steels (SA508-III and A533B) in air (a) and residual of strain amplitude (b) ($\dot\varepsilon$—strain rate)

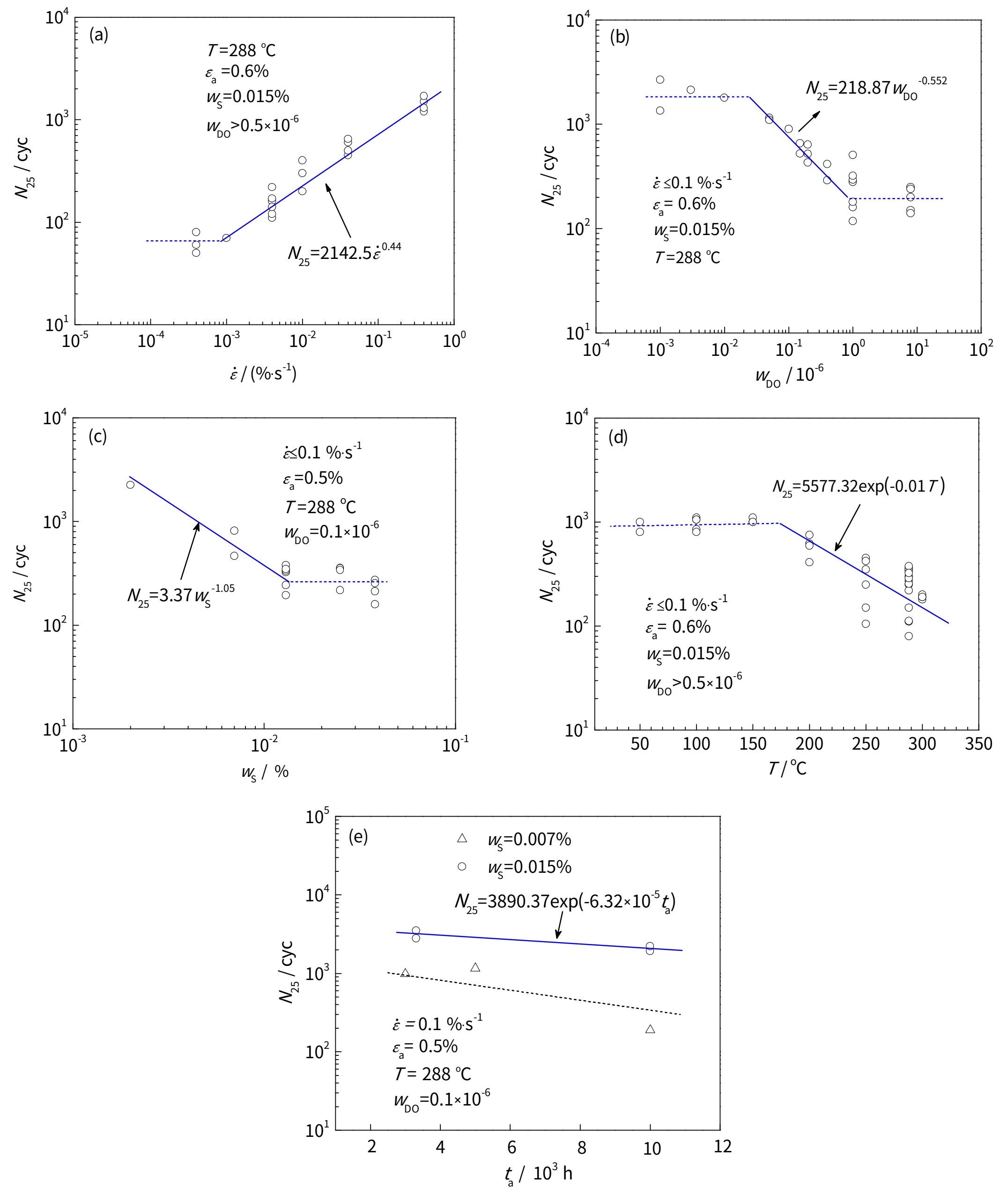


图 5 核级低合金钢(SA508-III 和 A533B)高温高压水腐蚀疲劳寿命影响因素

Fig.5 Factors affecting fatigue life of nuclear-grade low alloy steels (SA508-III and A533B) in high temperature high pressure water (w_S—sulfur content, T—temperature, t_a— thermal aging time)

(a) strain rate　(b) dissolved oxygen　(c) sulfur content in steels　(d) temperature　(e) thermal aging time

的疲劳设计曲线比ASME标准设计曲线保守. 与实验数据比较可见, 某些条件下ASME标准设计曲线的安全裕度不足, 一些高温高压水腐蚀疲劳实验数据点落在了该设计曲线的下方, 而环境疲劳设计曲线覆盖了所有的实验数据点, 有充足的安全裕度.

5 实际构件的环境疲劳安全评估流程及尝试实施例

工程上, 疲劳评估主要通过计算疲劳累积损伤因子 U, 理论依据是Miner[28]提出的线性疲劳累积损伤理论. $U=\sum(n_i/N_i)$ (i=1, 2, 3, ⋯, n), 其中 N_i为应力 S_i下破坏的循环数, n_i为应力 S_i下实际的循环数. 根据ASME规范, 若 U<1, 构件可以安全使用, 若 U>1, 构件不能使用. 图7为核电站具体构件的环境疲劳寿命评估流程示意图. 首先选择需要进行疲劳评估的具体构件, 确定该构件在核电站运行期间所经历的典型运行瞬态, 如停机、启动、升温、降温、水压实验、检测、事故停堆、换料等. 查阅该构件设计文件, 获得各个运行瞬态的设计寿命即允许运行次数(n_1, n_2, ⋯, n_i, ⋯, n_n). 依据设计文件和现场监测数据,

获得该构件在不同运行瞬态下的应力、温度、压力随时间变化曲线. 运用有限元模拟, 获得构件上的应力分布图, 进而得到构件关键部位的一系列最大应力值和最小应力值(P_1, P_2, ⋯, P_i, ⋯, P_n). 按照ASME规范中的步骤, 根据最大、最小应力值计算应力幅值 S_{alt} (S_1, S_2, ⋯, S_i, ⋯, S_n). 根据ASME疲劳设计曲线, 得到应力幅值 S_{alt} 下对应的疲劳寿命 N_{air} (N_{1air}, N_{2air}, ⋯, N_{iair}, ⋯, N_{nair}). 根据本工作提出的考虑EAF效应的环境疲劳设计曲线, 得到应力 S_{alt} 下对应的环境疲劳寿命 N_{env} (N_{1env}, N_{2env}, ⋯, N_{ienv}, ⋯, N_{nenv}). 计算 $U_{air}=\sum(n_i/N_{iair})$ 和 $U_{env}=\sum(n_i/N_{ienv})$, U_{air} 为在常温空气中的累积损伤因子, U_{env} 为在高温高压水环境中的累积损伤因子. 如果所得 U_{air} 和 U_{env} 均小于1, 该构件是安全的; 如果均大于1, 构件不能使用; 如果 U_{air} 小于1而 U_{env} 大于1, 说明存在EAF危险, 需要通过更加精细的计算或其他手段进一步确认.

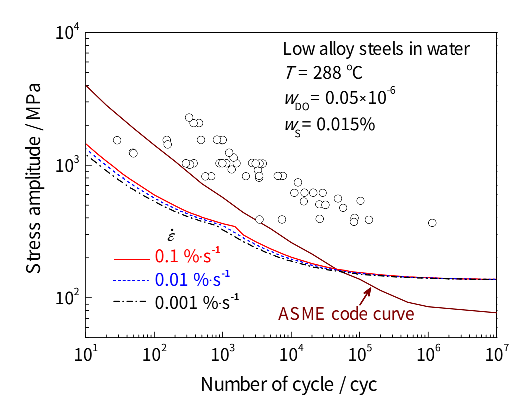


图6 核级低合金钢(SA508-III 和 A533B)的环境疲劳设计曲线

Fig.6 Environmental fatigue design curves of nuclear-grade low alloy steels (SA508-III and A533B)

表1给出了某沸水堆碳钢给水管安全端的环境

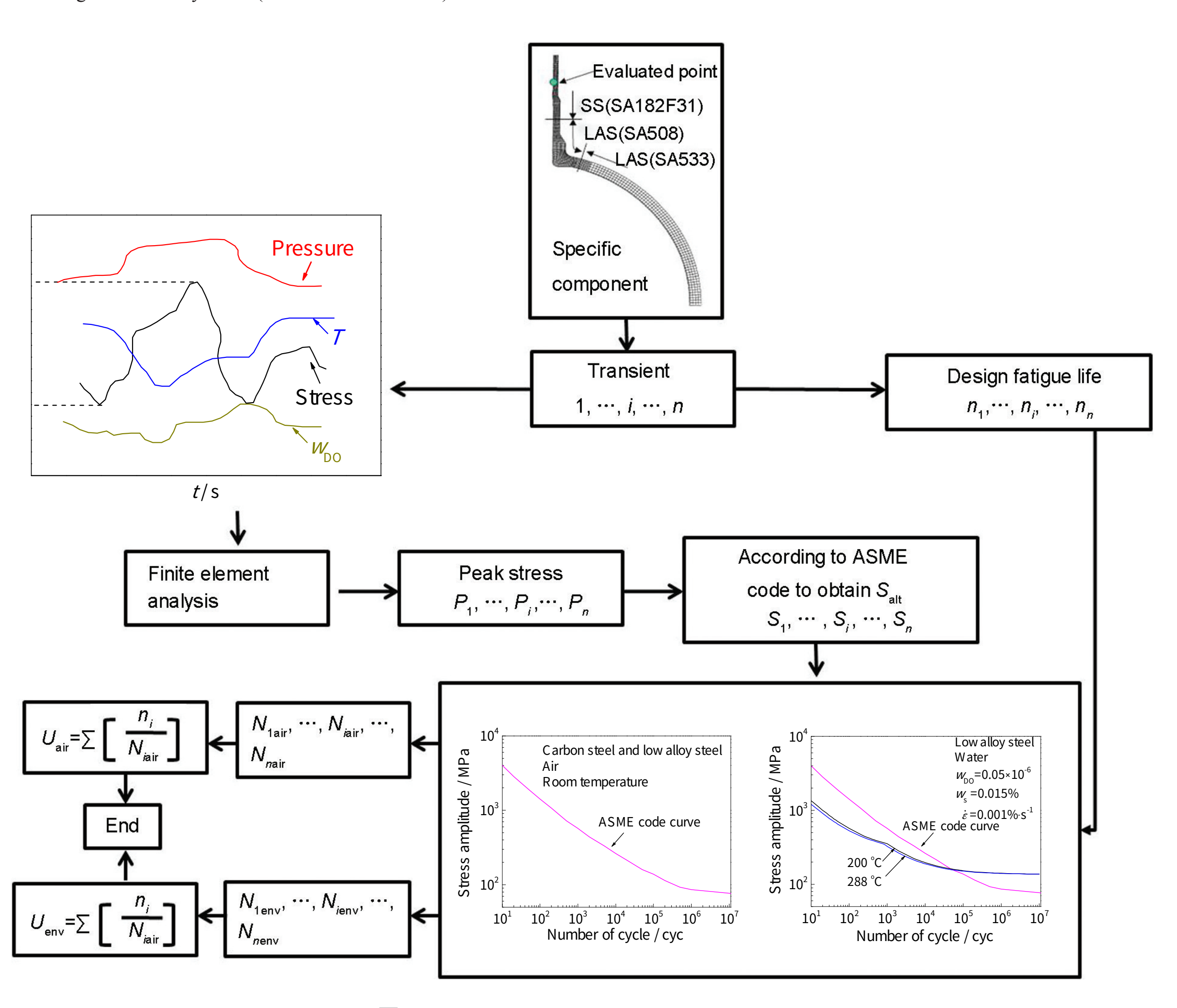


图7 核电站实际构件的环境疲劳寿命评估流程

Fig.7 Schematic flow chart for environmental fatigue life assessment of nuclear power plants' components (S_{alt}—stress amplitude, N_{iair}—fatigue life predicted by ASME code design curve, N_{ienv}—fatigue life predicted by present fatigue model in LWR environment, U_{air}—cumulative damage factor in air (room temperature), U_{env}—cumulative damage factor in LWR environment)


表 1 某沸水堆碳钢给水管的安全端疲劳损伤评价[29–31]

Table 1 Fatigue damage evaluation for safe end of a boiling water reactor feedwater pipe[29–31]

S_{alt} / MPa	T / ℃	$\dot{\varepsilon}$ / %•s^{-1}	Design cycle / cyc	N_{ASME}	U_{air}	N_{env}	U_{env}
567.2	200	0.028	120	1024	0.1172	92	1.304
500.6		0.026		1429	0.0630	142	0.634
444.1	200	0.026	142	1967	0.0722	231	0.615
268.8	200	0.002	555	9272	0.0599	2191	0.253
201.9	200	0.001	10	23830	0.0004	7149	1.40×10^{-3}
143.8	200	0.001	120	81350	0.0015	88833	1.35×10^{-3}
132.4	200	0.001	98	115630	0.0008	231742	4.23×10^{-4}
121.1	200	0.001	10	159810	0.0001	703538	1.42×10^{-5}
120.2	288	0.001	10	163810	0.0001	777252	1.29×10^{-5}
95.5	288	0.001	222	444850	0.0005	1000000	2.22×10^{-4}
92.6	200	0.001	666	523970	0.0013	1000000	6.66×10^{-4}
91.9	288	0.001	120	560450	0.0002	1000000	1.20×10^{-4}
					Total 0.317		Total 2.81

Note: N_{ASME}—fatigue life predicted by ASME model, N_{env}—fatigue life predicted by present fatigue model

表 2 典型运行瞬态的总设计周次、40 a 和 60 a 的周次[31]

Table 2 Typical design basis cycles, anticipated cycles for 40 a and 60 a[31]

(cyc)

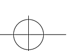
Transient	Design basis cycle	Anticipated cycle for 40 a	Anticipated cycle for 60 a
Heatup	500	90	135
Cooldown	500	90	135
Reactor trip	480	150	225
Loss of letdown	100	40	60
Loss of charging	100	12	18
Safety injection test	260	100	150
Leak test	260	115	173

表 3 某压水堆进水管嘴的疲劳延寿评估[31]

Table 3 Life extension of a pressurized water reactor inlet nozzle[31]

Load pair	S_{alt}	N_{env}	40 a		60 a	
			N_{40}	U_{40}	N_{60}	U_{60}
Cooldown/plant load	416.6	1458	90	0.062	135	0.093
Leak test/plant unload	330.8	1534	200	0.130	300	0.196
Heatup/plant load	270.4	4263	90	0.021	135	0.032
Plant load/unload	143.6	58406	14620	0.250	21930	0.375
Plant unload/upset	136.6	73899	480	0.007	720	0.010
Plant undload/OBE	98.7	265677	200	0.001	300	0.001
Plant unload/step load	87.6	729360	520	0.001	780	0.001
				Total 0.472		Total 0.708

Note: OBE—operating basis earthquake



疲劳安全评估的尝试实施例. 表中与核电站运行瞬态相关的参数如 S_{alt}, T, $\dot{\varepsilon}$ 和设计寿命等均取自文献[29~31]. 按照图 7 给出的评估流程, 计算出的疲劳累积损伤因子 U_{air}=0.317 和 U_{env}=2.81. 虽然根据 ASME 设计疲劳曲线获得的 U_{air}<1, 但根据本工作提出的考虑 EAF 效应的环境疲劳设计曲线计算得到的 U_{env}>1, 说明该给水管的安全端在服役环境下的安全裕度可能不足, 有潜在失效的危险, 需要足够重视. 根据核电站典型运行瞬态(工况)的总设计周次、寿命 40 a 和 60 a 的预计循环周次(表 2)[31], 按照图 7 的流程可以计算该进水管嘴的环境疲劳累积损伤因子 U_{40}=0.472, U_{60}=0.708, 即 U_{40}<1, U_{60}<1, 如表 3 所示. 说明该进水管嘴在服役环境中有足够的安全裕度, 可以从 40 a 延寿至 60 a.

6 结论

量化了核级低合金钢高温高压水腐蚀疲劳寿命影响因子, 包括应变速率、溶解氧含量、钢中 S 含量、温度、热时效时间等, 构建了植入 EAF 效应的疲劳设计模型, 给出了便于工程应用的环境疲劳设计曲线. 比较发现, 建立的核级低合金钢环境疲劳设计曲线比 ASME 标准设计曲线保守, 安全裕度充足. 建立了核电站实际构件的环境疲劳安全评估流程, 给出了尝试实施例.

参考文献

[1] Cahn R W, Haasen P, Kramer E J. *Materials Science and Technology 10B: Nuclear Materials*. Germany: VCH, 1994: 38

[2] Wu X Q, Han E H, Ke W, Katada Y. *Nucl Eng Des*, 2007; 237: 1452

[3] Wu X Q, Katada Y. *Corros Sci*, 2005; 47: 1415

[4] Raman S G S, Kitsunai Y. *Eng Fail Anal*, 2004; 11: 293

[5] Chopra O K, Shack W J. *ASME PVP*, 2003; 453: 71

[6] Chopra O K, Shack W J. *Nucl Eng Des*, 1998; 184: 49

[7] Higuchi M, Iida K, Asada Y. *ASTM STP*, 1997; 1298: 216

[8] *Regulatory Guide 1.207*. Washington D C, USA: Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2007: 5

[9] Srikantiah G. *TR-107263*, EPRI Report, 1996

[10] Chopra O K, Shack W J. *NUREG/CR-6909*. Washington D C, USA: Nuclear Regulatory Commission, 2007

[11] *JNES-SS-1005 Report*. Nuclear Energy System Safety Division, Japan Nuclear Energy Safety Organization, 2011

[12] *2004 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III*. New York: The American Society of Mechanical Engineers , 2004

[13] Kuang W J, Wu X Q, Han E H. *Chin Pat, 200810012594.2*, 2010 (匡文军, 吴欣强, 韩恩厚. 中国专利, 200810012594.2, 2010)

[14] Kuang W J, Wu X Q, Han E H. *Chin Pat, 200810230396.3*, 2011 (匡文军, 吴欣强, 韩恩厚. 中国专利, 200810230396.3, 2011)

[15] Kuang W J, Wu X Q, Han E H. *Chin Pat, 200910011110.7*, 2012 (匡文军, 吴欣强, 韩恩厚. 中国专利, 200910011110.7, 2012)

[16] Xu S, Wu X Q, Han E H, Ke W. *Chin Pat, 201010240911.3*, 2013 (徐 松, 吴欣强, 韩恩厚, 柯 伟. 中国专利, 201010240911.3, 2013)

[17] Xu S, Wu X Q, Han E H, Ke W. *Chin Pat, 201010240899.6*, 2013 (徐 松, 吴欣强, 韩恩厚, 柯 伟. 中国专利, 201010240899.6, 2013)

[18] Hänninen H, Cullen W, Kemppainen M. *Corrosion*, 1990; 46: 563

[19] Kuniya J, Anzai H, Masaoka I. *Corrosion*, 1992; 48: 419

[20] Atkinson J D, Yu J. *Fatigue Fract Eng Mater Struct*, 1997; 20: 1

[21] Chopra O K, Shack W J. *J Pressure Vessel Technol Trans ASME*, 1999; 121: 49

[22] Ford F P. *Corrosion*, 1996; 52: 375

[23] Maiya P S. *J Pressure Vessel Technol Trans ASME*, 1987; 109: 116

[24] Wu X Q, Kim I S. *Mater Sci Eng*, 2003; A348: 309

[25] Scully J C. *Corros Sci*, 1980; 20: 997

[26] Wu X Q, Xu S, Han E H, Ke W. *Acta Metall Sin*, 2011; 47: 790 (吴欣强, 徐 松, 韩恩厚, 柯 伟. 金属学报, 2011; 47: 790)

[27] Langer B F. *ASME J Basic Eng*, 1962; 84: 389

[28] Miner M A. *J App Mech*, 1945; 12: 159

[29] Ware A G, Morton D K, Nitzel M E. *NUREG/CR-6260*. Washington D C, USA : Nuclear Regulatory Commission, 1995

[30] Chopra O K, Shack W J. *NUREG/CR-6583*. Washington D C, USA : Nuclear Regulatory Commission, 1996

[31] Majumdar S, Chopra O K, Shack W J. *NUREG/CR-5999*. Washington D C, USA: Nuclear Regulatory Commission, 1993

(责任编辑:毕淑娟)

